



# **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

**Харьков – 2012**

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ**

**ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ**

**ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА**

*Н. А. Азаренков*

*Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

## **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

### **ГЛАВА 4. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

*Учебное пособие для студентов старших курсов,  
аспирантов и научных работников*

**Харьков - 2012**

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета  
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина  
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

**Рецензенты:**

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко,  
Институт прикладной физики НАНУ;  
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор,  
В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;  
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга,  
Национальный научный центр «ХФТИ»

**Я –34 Ядерная энергетика:**

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. –  
535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012

© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>ГЛАВА 4. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ</b>	<b>268</b>
§ 4.1. <i>Тепловые схемы АЭС</i>	268
§ 4.2. <i>Главный корпус АЭС</i>	273
§ 4.3. <i>Ядерные реакторы АЭС</i>	279
§ 4.4. <i>Парогенераторы и паровые турбины</i>	289

## ГЛАВА 4. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

### § 4.1. Тепловые схемы АЭС

В системе любой АЭС имеются теплоноситель и рабочее тело.

Рабочим телом, совершающим работу с преобразованием тепловой энергии в механическую, является водяной пар. Требования к чистоте пара, поступающего на турбину, настолько высоки, что экономически приемлемые показатели могут быть достигнуты при конденсации всего пара и возврате конденсата в цикл. Поэтому контур рабочего тела в АЭС всегда замкнут и добавочная вода поступает лишь в небольших количествах для восполнения утечек и других потерь конденсата.

Теплоносителем, отводящим теплоту из активной зоны в энергетических ядерных реакторах ВВЭР и PWR, является вода. Для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах активной зоны реактора необходима высокая чистота теплоносителя. Поэтому для теплоносителя существует замкнутый контур, который одновременно изолирует радиоактивные вещества, образованные в воде излучениями в активной зоне.

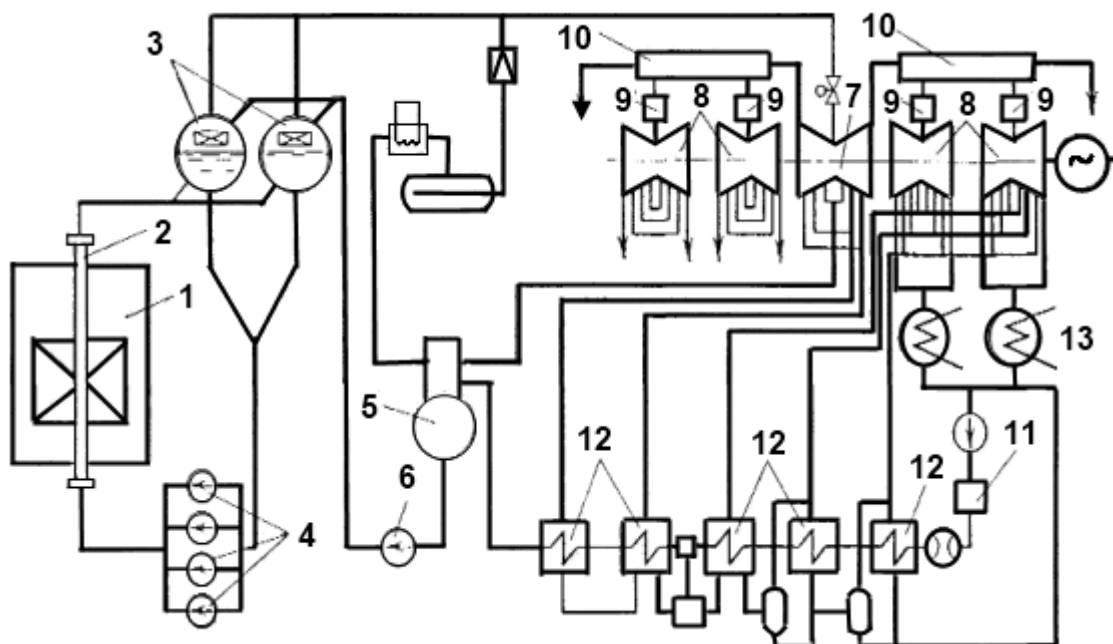
Контур теплоносителя и рабочего тела могут быть совмещены – такая АЭС называется одноконтурной (например, Чернобыльская с ядерным реактором РБМК-1000). По такой схеме работают все кипящие ядерные реакторы типа РБМК (за рубежом BWR – Boiling Water Reactor).

На рисунке 4.1 представлена тепловая схема одноконтурной АЭС с кипящим канальным ядерным реактором. Энергетический блок АЭС такого типа состоит из одного реактора РБМК-1000 и двух турбоагрегатов К-500-65 мощностью по 500

МВт. Реактор имеет две циркуляционные петли, состоящие из четырех циркуляционных насосов с подачей  $7000 \text{ м}^3/\text{ч}$ , двух внешних испарителей-сепараторов пара диаметром 2,3 м и длиной 30 м и 22 раздаточных групповых коллекторов диаметром 300 мм, питающих каналы реактора.

Вода в каналах 2 реактора 1 нагревается до температуры кипения, собирается в коллекторы и направляется в сепараторы пара 3. После отделения пара вода направляется циркуляционными насосами 4 в реактор, а насыщенный пар под давлением 6,5 МПа с влажностью 0,1–0,2% подается на пятицилиндровую турбину с одним цилиндром высокого (ЦВД) 7 и четырьмя цилиндрами низкого (ЦНД) давления. Между ЦВД и ЦНД установлены сепараторы пара 10 и промежуточные пароперегреватели 8. Отработанный пар из турбоагрегатов попадает в конденсатор 13, затем конденсат проходит систему очистки 11 и далее через системы регенеративных подогревателей высокого (ПВД) и низкого (ПНД) давления 12 и деаэратор 5 с помощью питательного насоса 6 возвращается в сепараторы пара 3.

Превращение воды в пар в ядерном реакторе одноконтурной АЭС происходит при температуре  $285^\circ\text{C}$ . В одноконтурных системах все оборудование работает в радиоактивных условиях, что усложняет эксплуатацию. Большим преимуществом таких систем являются простота и экономичность. Параметры пара перед турбиной и в реакторе отличаются на величину потерь в паропроводах. По одноконтурной схеме работают Ленинградская, Курская и Смоленская АЭС России.

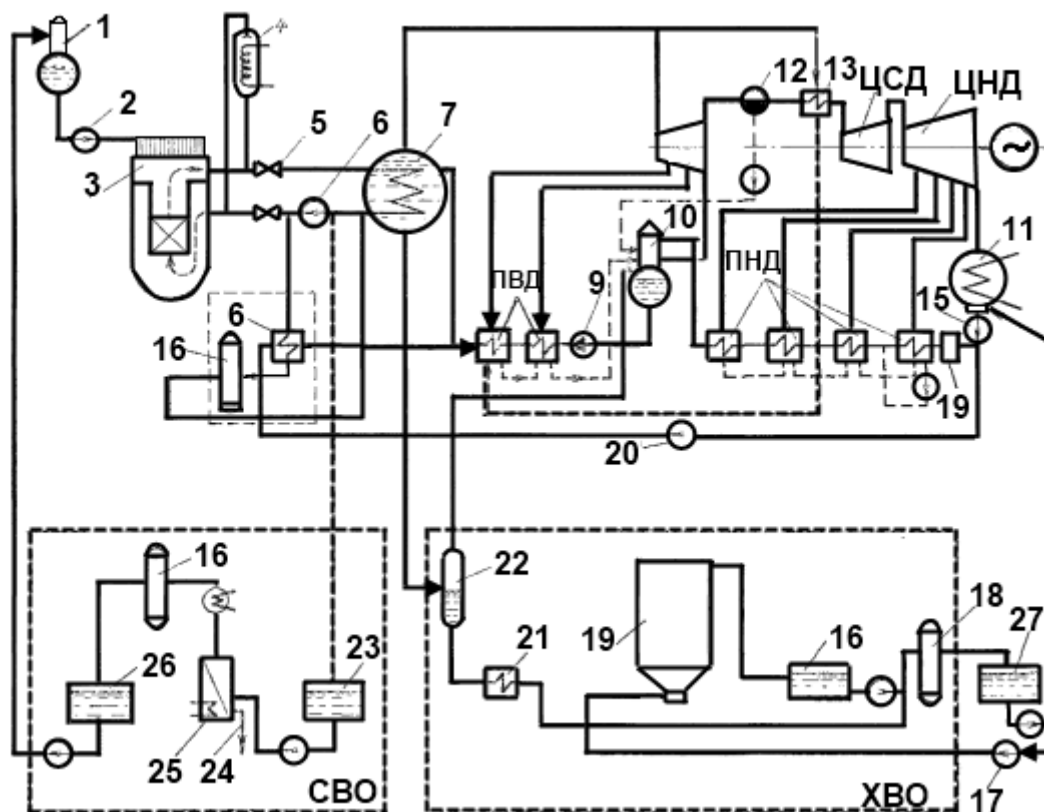


*Рис. 4.1. Тепловая схема одноконтурной АЭС с канальным кипящим реактором*

*(Ленинградская АЭС): 1 – реактор; 2 – каналы активной зоны; 3 – сепараторы; 4 – циркуляционные насосы; 5 – деаэратор; 6 – питательный насос; 7 – пятицилиндровая турбина с одним ЦВД и четырьмя ЦНД-8; 8 – цилиндры низкого давления; 9 – промежуточные пароперегреватели; 10 – сепараторы между ЦВД и ЦНД турбины; 11 – система очистки конденсата; 12 – система регенеративных подогревателей (ПВД и ПНР); 13 – конденсатор*

Если контур теплоносителя отделен от контура рабочего тела, то АЭС называют двухконтурной. Контур теплоносителя называют первым, контур рабочего тела – вторым. В таких системах теплоноситель прокачивается главным циркуляционным насосом через ядерный реактор (охлаждая его активную зону), парогенератор и компенсатор объема. Пар из парогенератора двухконтурной АЭС поступает в турбину, затем в конденсатор, из которого конденсат возвращается в парогенератор. Оборудование второго контура работает в отсутствие радиоактивности, что

упрощает эксплуатацию АЭС. В двухконтурной системе парогенератор разделяет первый контур от второго, он в равной степени принадлежит им обоим.



*Рис. 4.2. Тепловая схема двухконтурной АЭС с реакторами ВВЭР: 1 – деаэратор подпитки; 2 – насос подпитки; 3 – реактор; 4 – компенсатор объема теплоносителя; 5 – задвижка трубопровода; 6 – главный циркуляционный насос; 7 – парогенератор; 8 – охладитель продувной воды; 9 – питательный насос дегазированного конденсата; 10 – деаэратор и дегазация конденсата; 11 – конденсатор отработанного пара; 12 – сепаратор пара; 13 – перегреватель пара; 14 – деаэратор конденсата и его очистка; 15 – насос конденсата; 16 – бак очищенной и осветленной питательной воды; 17 – насос питательной воды второго контура; 18 – ионообменные фильтры; 19 – осветитель питательной воды второго контура; 20 – насос продувочной воды; 21 – охладитель воды второго контура; 22 – расширитель воды второго контура; 23 – бак активного конденсата; 24 – хранение жидких отходов; 25 – выпарные установки; 26 – бак чистого*



### *конденсата*

Передача теплоты через поверхность нагрева парогенератора требует перепада температур между теплоносителем первого контура и кипящей водой второго контура. Для этого в первом контуре водного теплоносителя поддерживается более высокое давление, чем давление пара во втором контуре, подаваемого в турбину. Высокое давление воды первого контура должно исключать возможность ее закипания, и оно значительно превосходит давление во втором контуре. Максимально возможное давление теплоносителя первого контура определяется возможностью изготовления мощных корпусов и составляет 16 МПа. Условия однофазности теплоносителя на выходе из реактора определяют его температуру, она равна 325°C. Необходимый перепад температур в парогенераторе между теплоносителем и пароводяной смесью определяет температуру парообразования равной 278°C, что соответствует давлению 6,4 МПа. Начальные параметры пара перед турбиной – 6 МПа и 274°C.

По двухконтурной схеме работают все АЭС Украины, основу которых составляют ядерные энергетические реакторы с водой под давлением ВВЭР-1000. На рис. 4.2 представлена тепловая схема двухконтурной АЭС с реактором ВВЭР. Теплоноситель (вода первого контура при температуре 278°C под давлением 16 МПа) нагревается в активной зоне реактора 3 до температуры 325°C и по трубопроводам, снабженным задвижкой 5, поступает в парогенератор 7. В парогенераторе теплоноситель передает тепло рабочему телу второго контура и с помощью главного циркуляционного насоса (ГЦН) 6 возвращается в ядерный реактор. Компенсатор объема 4 компенсирует тепловое расширение теплоносителя

при разогреве и расхолаживании ядерного реактора. Пар, образованный в парогенераторе, подается в цилиндр высокого давления (ЦВД) турбины, совершает работу и увлажняется. После ЦВД пар пропускается через сепаратор 12 (для отделения влаги), перегреватель 13 и направляется в цилиндр низкого давления (ЦНД) турбоагрегата. Конденсат из сепаратора поступает на дегазацию в деаэратор 10. Перегрев пара в перегревателе 13 осуществляется острым паром, отобранном из парогенератора 7. Отработанный в турбоагрегате пар конденсируется в конденсаторе 11 и с помощью конденсатного насоса 15 через конденсатоочистку 14 и регенеративные подогреватели низкого давления (ПНД) направляется на дегазацию в деаэратор 10. Конденсация отработанного пара в конденсаторе 11 осуществляется его охлаждением технической водой из моря, реки, пруда-охладителя или в градирне. Регенеративный подогрев питательной воды увеличивает к.п.д. АЭС за счет отвода теплоты от пара в турбине и передачи ее питательной воде. Очистка всего конденсата 2-го контура в деаэраторе 10 от растворенных в нем газов происходит за счет вскипания при подогреве паром от ЦВД турбины. Дегазированный конденсат собирается в баке деаэратора и с помощью питательного насоса 9 через регенеративные подогреватели высокого давления (ПВД) направляется в парогенератор 7. Подогрев питательной воды в ПВД осуществляется паром от ЦВД турбины. Образовавшийся конденсат направляется на дегазацию в деаэратор.

Для поддержания чистоты воды в первом контуре на заданном уровне необходимо непрерывное выведение примесей, образующихся в результате коррозии металлов элементов внутрикорпусных конструкций. Примеси удаляются

путем отбора части воды (продувки), ее очистки и возвращения в первый контур. Продувочная вода отбирается из трубопровода между главным циркуляционным насосом 6 и задвижкой 5. Продувочная вода проходит через охладитель продувки 8, питаемый насосом 20, ионообменные фильтры 18 и возвращается в контур.

Наряду с непрерывной продувкой существует спецводоочистка. Вода первого контура (или протечки, дренажные воды и т.д.) собирается в бак активного конденсата 23 и насосом направляется на выпарные установки 25 и далее через фильтры 18 в бак чистого конденсата 26. Очищенный конденсат насосом направляется для дегазации в деаэратор подпитки 1 и подпиточным насосом 2 возвращается в реактор 3. При глубокой очистке активность конденсата не превосходит  $10^{-8}$  Ки/кг. Выпар конденсата по спецканализации направляется в хранилище 24. Очистка (продувка) воды второго контура от примесей производится ее отбором из парогенератора 7 с подачей в расширитель 22, охладитель 21 и фильтры 18. Очищенная питательная вода собирается в баке 16 и с помощью насоса направляется в конденсатор турбины 11. Подпитка питательной воды второго контура осуществляется подачей насосом 17 в осветлитель 19, сбором осветленной воды в баке 16, из которого она направляется через фильтры 18 в бак чистого конденсата 27. Представленная на рис. 4.2 тепловая схема АЭС с водяными реакторами и металлическими корпусами давления широко используется в отечественной и зарубежной практике.

## § 4.2. Главный корпус АЭС

Главный корпус АЭС включает реакторное отделение, машинный зал, деаэрационную этажерку и примыкающую к машинному залу этажерку электротехнических устройств (вклейка 1, рис. 92).

В настоящее время используется принцип модульной компоновки: каждый энергоблок размещается в отдельном здании (вклейка 1, рис. 93), что обеспечивает возможность поточного строительства атомных электростанций мощностью 4–6 млн кВт. Реакторное отделение представляет собой самостоятельный объем и состоит из герметической части – оболочки и негерметичной обстройки (вклейка 1, рис. 94).

Защитная герметичная оболочка водо-водяного энергетического реактора представляет собой цилиндр с внутренним диаметром 45 м с куполообразным верхом (перекрытием). Оболочка представляет собой предварительно напряженную монолитную железобетонную конструкцию с металлической облицовкой внутри из углеродистой стали толщиной 8 мм. Толщина стенки цилиндра 1,20 м, купола – 1,10 м. Отметка купола 66,55 м, объем рабочего пространства около 70000 м<sup>3</sup>.

С точки зрения безопасности, герметическая оболочка представляет собой третий барьер, защищающий население от последствий аварии (первым барьером является оболочка тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), вторым – граница первого контура). В нормальном режиме работы оболочка предохраняет реактор и его контур охлаждения от внешних воздействий и представляет собой экран, защищающий от излучений активной зоны реактора. В аномальных или

аварийных условиях оболочка должна понизить радиологическое воздействие в пределах площадки до допустимых доз облучения. Для снижения аварийного давления паровоздушной смеси в случае разрыва главного циркуляционного трубопровода в помещениях герметичной оболочки используются специальные спринклерные системы. Учитывая значение герметической оболочки, перед пуском АЭС, во время первой остановки реактора для загрузки топливом и потом раз в десять лет проводят ее испытания на механическую прочность и герметичность, подвергая ее внутреннему избыточному давлению 0,46 МПа (1,15 от расчетного).

Кроме этого, для осуществления контроля за состоянием оболочки в процессе эксплуатации предусмотрена контрольно-измерительная аппаратура (маятники, нити из инвара, тензометры и термопары), датчики которой установлены в бетонных конструкциях.

Конструкции внутренних помещений герметического объема имеют сложную конфигурацию (вклейка 1, рис. 95). Элементы помещений выполнены из стальных ячеек заводского изготовления, насыщены технологическими проходами и закладными частями, которые выполняют следующие функции. Они служат опорой для оборудования первого контура; разделяют различные петли первого контура; предохраняют герметическую оболочку от выбросов струй и осколков в случае аварии.

Эти конструкции соединяются вместе ростверком реакторного отделения через шахту ядерного реактора.

Шахта реактора представляет собой конструкцию цилиндрической формы (высотой более 14 м, внутренним диаметром 5,05 м, толщина стенок от 1,95 до 2,85 м), которая служит опорой для корпуса ядерного реактора, ограничивает амплитуду его перемещений при аварии и обеспечивает биологическую защиту. В герметической оболочке размещены системы, оборудование и трубопроводы теплоносителя первого контура (давление до 18 МПа, температура 325°С):

- реакторная установка, в состав которой входят ядерный реактор, парогенераторы, главные циркуляционные насосы (ГЦН), компенсатор объема, емкости системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) и трубопроводы связи;
- система неохлаждаемой байпасной очистки теплоносителя (СВО-1), состоящая из высокотемпературных механических фильтров и трубопроводов;
- система продувки-подпитки первого контура, включающая регенеративный теплообменник продувки, доохладитель продувки и трубопроводы;
- система организованных протечек первого контура – охладитель протечек и трубопроводы (см. рис. 4.2).

Кроме того, под оболочкой размещены системы и оборудование, обеспечивающие транспортно-технологические операции и ревизию реактора. К ним относятся: бассейн выдержки и перегрузки ядерного топлива, перегрузочная машина, шахты ревизии и мокрой выгрузки внутрикорпусных устройств, шахта ревизии верхнего блока реактора, машина и пультовая система внешнего осмотра корпуса реактора, вентиляционные системы, поддерживающие требуемый температурный режим воздуха под оболочкой.

Обслуживание основного оборудования реакторной установки осуществляется круговым краном грузоподъемностью 320 т через проемы и люки перекрытия. Контейнеры с ядерным топливом и приспособления для ремонта и ревизии реактора доставляют внутрь оболочки через транспортный люк над железнодорожным въездом. Основной вход обслуживающего персонала внутрь оболочки организован через герметичный шлюз на отметке 36,9 м. Для аварийного выхода персонала предусмотрен герметичный шлюз на отметке 19,34 м. Вертикальный транспорт осуществляется грузопассажирским лифтом грузоподъемностью 500 кг.

**Обстройка реакторного отделения** осесимметрично окружает герметическую оболочку и представляет собой в плане квадрат размером 66×66 м.

В обстройке размещены системы, оборудование и конструкции, обеспечивающие безопасность энергоблока, плановую и аварийную остановку ядерного реактора.

**Машинный зал и деаэрационная установка.** Эти помещения торцами примыкают к реакторному отделению (см. рис. 4.3, 4.4). Машинный зал в плане имеет размеры 127×45 м и высоту до низа ферм перекрытия 33,5 м. В машинном зале устанавливается один турбоагрегат мощностью 1000 кВт и часть вспомогательного оборудования – подогреватели высокого (ПВД) и низкого (ПНД) давления, бойлерные и т.д. В деаэрационной этажерке размером 127×12 м, примыкающей к машинному залу, расположено остальное вспомогательное оборудование турбоагрегата – турбопитательный насос, конденсатные, дренажные и сетевые насосы, парозежекторные установки, деаэраторы,

кондиционеры, вентиляционное оборудование. Каркас машинного и деаэрационного отделений – металлический. Оборудование машинного зала обслуживается двумя мостовыми кранами грузоподъемностью 200/32 и 15 т.

***Вспомогательные здания и сооружения.*** В состав АЭС, кроме главного корпуса, входят вспомогательные здания и сооружения, обеспечивающие надежную эксплуатацию атомной электростанции, производство и выдачу электроэнергии.

***Системы технического водоснабжения АЭС.*** Современные атомные станции, широко использующие турбины, работающие на насыщенном паре невысокого давления, требуют очень большого расхода технической воды (значительно больше, чем на ТЭС) для охлаждения конденсаторов. Система охлаждения конденсаторов турбин зависит от конкретных климатических условий, наличия источников водоснабжения и аналогична системам технического водоснабжения ТЭС. Наиболее широкое применение для систем водоснабжения АЭС получили водоемы-охладители и градирни.

Эти особенности строительства АЭС необходимо учитывать в проектах новых станций. Например, Тяньваньская АЭС – самая крупная по единичной мощности энергоблоков среди всех строящихся в настоящее время АЭС в Китае (вклейка 1, рис. 96). Ее генплан предусматривает возможность строительства четырех энергоблоков мощностью 1000 МВт каждый. Станция расположена между Пекином и Шанхаем на берегу Желтого моря.

Строительные работы на площадке начались в 1998 году. Первый энергоблок АЭС с водо-водяным энергетическим реактором ВВЭР-1000/428 и



турбиной К-1000-60/3000, запущенный в мае 2006 года, был сдан в эксплуатацию 2 июня 2007 года, а второй такой же блок – 12 сентября 2007 года. В настоящее время оба энергоблока атомной станции работают стабильно на 100% мощности и снабжают электроэнергией китайскую провинцию Цзянсу. Планируется строительство третьего и четвертого энергоблоков АЭС «Тяньвань».

### **§ 4.3. Ядерные реакторы АЭС**

В ядерном реакторе типа ВВЭР (PWR) обычная некипящая вода является замедлителем нейтронов и теплоносителем и находится под высоким давлением (~16 МПа). Реактор работает в системе двухконтурной ядерно-энергетической установки (ЯЭУ). Высокое давление теплоносителя вынуждает помещать активную зону с ядерным топливом и системами регулирования внутрь толстостенного стального корпуса, который изготавливается на специализированных заводах (например, НПО «Ижорские заводы» в России).

**Корпус реактора** (вклейка 1, рис. 97) является центральным компонентом первого контура, содержащего компенсатор давления, четыре петли теплопередачи, каждая из которых состоит из парогенератора и главного циркуляционного насоса, и соединительные трубопроводы. Первый контур служит оболочкой для поддержания рабочей температуры и давления теплоносителя, отводящего тепло из реактора. Эта система выполняет три основные функции: передает тепло из активной зоны реактора к парогенераторам; регулирует реактивность путем изменения концентрации бора и

использования регулирующих сборок; регулирует давление с помощью компенсатора давления.

Корпус реактора предназначен: служить опорой и удерживать в заданном положении активную зону, внутрикорпусные устройства и приводы органов регулирования; обеспечивать полную герметичность и сопротивление внутреннему давлению; служить защитой от радиоактивных излучений активной зоны. Корпус реактора представляет собой сварную конструкцию, выполненную полностью в заводских условиях и состоящую из двух компонентов – корпуса и крышки.

Корпус имеет два ряда по четыре патрубка ( $D_y=850$  мм), на уровне верхнего и нижнего ряда этих патрубков выполнено по два патрубка ( $D_y=300$  мм) для присоединения трубопроводов системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ). Корпус изготавливается из перлитной стали 15Х2НМФА и плакирован изнутри слоем нержавеющей стали.

Крышка корпуса сферической формы представляет собой кованую горячепрессованную деталь, приваренную к кольцевому фланцу с 54 резьбовыми отверстиями для уплотняющих втулок. В крышке имеются 77 отверстий, к которым приварены переходники: 73 – для приводов органов регулирования и 4 – для термопар.

Герметичность между крышкой и корпусом обеспечивается с помощью двух концентрических металлических прокладок круглого сечения. Корпус реактора опирается на сварные конструкции, закрепленные в бетоне шахты реактора.

Корпус реактора, находящийся под воздействием потока нейтронов, требует наибольшего внимания. Ресурс работы корпуса в отечественных и зарубежных реакторах составляет 30 лет. Условия работы корпуса сложны. Материал корпуса реактора подвергается одновременному воздействию высоких давлений и температур, потоков нейтронов и  $\gamma$ -квантов, которые приводят к повышению твердости и охрупчиванию металла. Кроме того, существует опасность охрупчивания металла корпуса при насыщении его водородом, который образуется в процессе радиолиза воды под действием ионизирующего излучения и в реакции коррозии железа.

В современных конструкциях шахты реактора предусмотрена возможность периодического контроля металла корпуса (вклейка 1, рис. 98): между сухой защитой и корпусом реактора имеется свободное пространство с шириной сечения 720 мм. Сухая защита из серпентинитового бетона хорошо удерживает влагу (и, следовательно, водород), уменьшает утечку нейтронов за пределы шахты реактора. От возможных повышений температуры корпус реактора защищает воздушное охлаждение. Кроме того, учитывая различия в коэффициентах расширения, на границе между обычным и серпентинитовым бетоном создается тепловой барьер (3) за счет системы воздухоохлаждаемых труб.

**Внутрикорпусные устройства (ВКУ)** служат опорой активной зоны, обеспечивают заданное расположение тепловыделяющих сборок и ограничивают возможности их перемещения. Они обеспечивают заданное положение направляющих каналов органов регулирования между

тепловыделяющими сборками и приводом органов регулирования. Внутрикорпусные устройства направляют поток теплоносителя, обеспечивают защиту от нейтронного и  $\gamma$ -излучения, служат направляющими для датчиков внутриреакторных измерений, поддерживают гирлянды капсул с контрольными образцами.

ВКУ спроектированы с таким расчетом, чтобы выдержать напряжения, возникающие при любых условиях работы реактора, включая землетрясения и усталостные нагрузки от вибрации. Они изготавливаются из аустенитной нержавеющей стали с учетом межкристаллитной коррозии.

Основные внутрикорпусные устройства ядерного реактора типа ВВЭР/PWR показаны на рис. 99 (вклейка 1).

Нижняя опорная конструкция активной зоны состоит из:

- шахты активной зоны, имеющей цилиндрическую форму; вертикальные силы передаются на фланец корпуса реактора через верхний фланец шахты активной зоны; соединения на шипах служат опорой нижней части шахты;
- нижней опорной плиты, которая несет на себе нагрузку всей массы активной зоны;
- выгородки, которая является оболочкой активной зоны, разграничивающей потоки поступающей воды теплоносителя от нагретой в активной зоне.

Верхняя опорная конструкция активной зоны, расположенная над ней, состоит из:

- верхней плиты, лежащей на тепловыделяющих сборках;
- опорных колонн, которые служат соединительным элементом между опорной

плитой направляющих каналов и верхней плитой активной зоны и обеспечивают сохранение заданного расстояния между ними;

- опорной плиты направляющих каналов, служащей для передачи вертикальных сил на фланец корпуса реактора;
- направляющих каналов органов регулирования.

**Активная зона реактора ВВЭР-1000** состоит из 163 тепловыделяющих сборок (ТВС), имеющих одинаковые геометрические и механические характеристики. Их местоположение в активной зоне обеспечивается за счет опорных конструкций. Активная зона охлаждается обессоленной водой под давлением 15,7 МПа, служащей также замедлителем нейтронов. Изменяя концентрацию бора в теплоносителе/замедлителе (впрыскивая в систему борную кислоту  $\text{H}_3\text{BO}_3$  до 13,5 г/кг), управляют процессом медленных изменений реактивности, включая выгорание ядерного топлива. Остальные процессы изменения реактивности регулируются с помощью кластеров стержней поглощения нейтронов.

Первая загрузка активной зоны ядерным топливом делится на три зоны его обогащения изотопом урана-235. Тепловыделяющие сборки с самым высоким процентом обогащения размещаются по периферии, а сборки с наименее обогащенным топливом размещаются в шахматном порядке в центральной зоне. При каждой остановке реактора на перегрузку топлива заменяется третья часть его в активной зоне. Максимально выгоревшее топливо выгружается, свежее топливо загружается в периферийную зону, а остальные сборки переставляются

в центральной зоне так, чтобы получить максимально однородное энерговыделение. Равновесие достигается после третьей перегрузки.

**Тепловыделяющие сборки (ТВС)** нового поколения для реактора ВВЭР-1000 шестигранной формы с жестким каркасом, образованным из 15 дистанционирующих решеток, центральной трубы, 18 направляющих каналов и нижней опорной решетки, содержат 311 ТВЭЛов (вклейка 1, рис. 100).

Нижняя решетка является опорной для ТВЭЛов и обеспечивает их разъемное соединение. Дистанционирующая решетка сохраняет определенный интервал между ТВЭЛами и состоит из ячеек, изготовленных из тонкостенных труб, сваренных точечной сваркой между собой и центральной втулкой, которая закрепляется на центральной трубе сборки. Нижний хвостовик ТВС обеспечивает распределение расхода теплоносителя в сборке и может быть снабжен фильтром для улавливания частиц. Головка ТВС является частью верхней опорной конструкции сборки и одновременно обеспечивает частичную защиту регулирующих органов.

Разработанный корпорацией «ТВЭЛ» (Россия) тепловыделяющий элемент нового поколения состоит из таблеток спеченого диоксида урана наружным диаметром 7,8 мм с обогащением ураном-235 до 4,95%, помещенных в трубку из холоднодеформированного сплава циркония ( $Zr-1,2Sn-1,0Nb-0,3Fe$ ), уплотненную и герметично запаянную с обоих концов.

Топливные таблетки имеют цилиндрическую форму (вклейка 1, рис. 101) и состоят из порошка, который подвергается холодному прессованию с последующим спеканием до требуемой плотности. Торцы таблеток имеют небольшие углубления,

что обеспечивает более значительное расширение в центре таблетки. Спиральная пружина из нержавеющей стали, прижимающая топливные таблетки сверху, препятствует их перемещению внутри оболочки во время погрузочно-разгрузочных работ и при транспортировке перед загрузкой в активную зону реактора. В процессе изготовления все ТВЭЛы герметизируются гелием под давлением  $\sim 3$  МПа, чтобы сократить усилия и деформации и повысить таким образом усталостную прочность. На рис. 102 (вклейка 1) представлена линия в цехе по производству ТВЭЛов.

**Регулирующие кассеты** представляют собой пучок стержней, материал которых поглощает нейтроны. Верхние концы этих стержней закреплены в систему, представляющую собой кластерную траверсу.

Стержни поглотителей нейтронов размещаются в направляющих каналах тепловыделяющих сборок. Поглотитель нейтронов заложен в трубку из холоднодеформированной нержавеющей стали и уплотнен концевыми заглушками. Материалом, поглощающим нейтроны, в верхней части стержней является карбид бора  $B_4C$ , в нижней части стержней – титанат диспрозия или гафния (вклейка 1, рис. 103). Регулирующие кассеты с поглощающими нейтроны стержнями представляют собой систему управления и защиты (СУЗ). СУЗ обеспечивает: контроль и управление мощностью реактора; пуск реактора и вывод его на заданный уровень мощности; перевод реактора с одного уровня мощности на другой; быстрое прекращение цепной реакции деления; необходимое энергораспределение в объеме активной зоны; безопасность реактора, исключая ядерные аварии.

Кассеты поглощающих нейтроны стержней объединяются в разные функциональные системы: автоматического регулирования (САР); ручного регулирования (СРР); компенсации реактивности (СКР); аварийной защиты (САЗ).

Часто одни и те же стержни входят в несколько систем.

**Радиоактивные отходы АЭС** не учитывают образующиеся в активной зоне элементы и материалы, входящие в отработавшее ядерное топливо. Непосредственно на АЭС вне активной зоны высокоактивных отходов с активностью более 1 Ки/л не образуется. При эксплуатации АЭС образуется значительное количество радиоактивных жидких продуктов. Это растворы веществ с периодом полураспада менее 60 суток, активность которых превышает среднегодовые допустимые концентрации в воде открытых водоемов более чем в 100 раз. Жидкие радиоактивные отходы образуются в системах продувки реактора, очистки организованных протечек, спецводоочистки, дезактивации, в душевых, спецпрачечных и др. Общий объем радиоактивных сточных вод с активностью  $10^{-5}$ – $10^{-6}$  Ки/л, подлежащих локализации на крупных АЭС, не превышает 500 м<sup>3</sup>/сутки. Для снижения объема жидких радиоактивных отходов и преобразования их предусматриваются различные системы обращения с ними.

Емкости для хранения жидких радиоактивных отходов с учетом их упаривания непосредственно перед подачей в хранилище рассчитываются на 5-летний срок эксплуатации АЭС (вклейка 1, рис. 104). В качестве примера на рис. 105 (вклейка 1) приведена схема хранилища жидких радиоактивных отходов емкостью 2400 м<sup>3</sup>. На АЭС образуются и различные типы твердых



радиоактивных отходов, которые также подвергаются иммобилизации и другим типам переработки (прессование, сжигание и др.) с целью уменьшения их объема.

#### § 4.4. Парогенераторы и паровые турбины

**Парогенератор** является связующим звеном между первым и вторым контурами. Конструктивно парогенератор представляет собой трубчатый испаритель естественной циркуляции с механической сушкой пара.

Теплоноситель первого контура (охлаждающий реактор) циркулирует по трубам и отдает свое тепло теплоносителю второго контура (питательной воде) с внешней стороны трубчатки парогенератора, производя при этом пар.

Парогенератор ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) с реактором ВВЭР-1000 представляет собой двухконтурный теплообменный аппарат с погруженной поверхностью теплообмена (трубчатым пучком), встроенными сепарационными устройствами и естественной циркуляцией рабочего тела.

Поверхность нагрева парогенераторов всегда представляет собой систему змеевиков малого диаметра, внутри которых течет теплоноситель под высоким давлением. Парогенераторы могут быть горизонтальными и вертикальными (рис. 106, 107, вклейка 1). В обоих случаях по стороне второго контура используется естественная циркуляция.

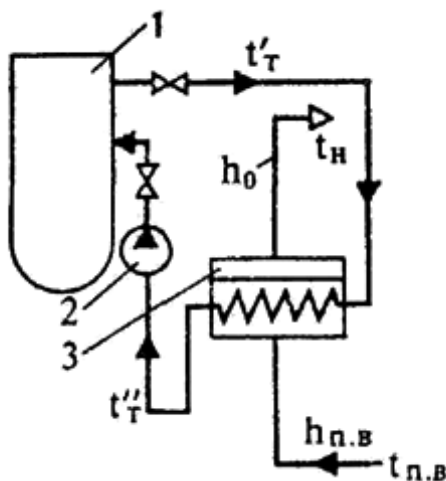
Исходя из расчета теплового баланса парогенератора с учетом начальной температуры теплоносителя, определяемой условиями работы реактора, перепад температур теплоносителя в парогенераторе (вход/выход) для ЯППУ с ВВЭР-1000 составляет  $t'_T - t''_T = \Delta t = 30^\circ\text{C}$ . Эта величина  $\Delta t$  теплового напора приводит для

очень мощных АЭС с водо-водяными ядерными реакторами к таким большим поверхностям нагрева парогенератора, что изготовление его в виде одного агрегата оказывается невозможным.

Для ЯППУ с ВВЭР-1000 принята горизонтальная конструкция парогенератора и количество агрегатов, равное четырем (рис. 107–109, вклейка 1).

При выбранных параметрах теплоносителя на выходе из ядерного реактора, параметрах пара, подаваемого на турбину, теплотехническая схема парогенераторной установки с ВВЭР-1000 достаточно проста (рис. 4.3).

Питательная вода, поступающая в парогенератор из сепараторов влаги, смешивается с водой, находящейся внутри его корпуса, нагревается до температуры насыщения и испаряется.



*Рис. 4.3. Теплотехническая схема парогенераторных установок двухконтурных АЭС с ядерными реакторами ВВЭР: 1 – реактор; 2 – главный циркуляционный насос; 3 – парогенератор;  $t'_{Т}$  – температура теплоносителя на выходе из реактора;  $t''_{Т}$  – температура теплоносителя на выходе парогенератора;  $t_{п.в}$  – температура питательной воды;  $t_{Н}$  – температура насыщения;  $h$  – энтальпия*

Над трубным пучком имеется ряд центробежных сепараторов, отделяющих большую часть влаги от пара. После этого используются сухопарники, доводящие насыщенность пара, как минимум, до 99,75%.

**Главный циркуляционный насос (ГЦН).** В системе мощных АЭС любого типа циркуляция теплоносителя в реакторном контуре при нормальной эксплуатации принудительная. Для отвода тепла из активной зоны реактора служат главные циркуляционные насосы. Они обеспечивают циркуляцию теплоносителя первого контура от корпуса реактора к парогенератору, чтобы передать ему тепло, и возвращают теплоноситель обратно в корпус реактора для нагрева. Каждая петля имеет один ГЦН, который устанавливается на холодной нитке, т.е. между выходом из парогенератора и корпусом реактора. Протяженность циркуляции контура для каждой петли реактора ВВЭР-1000 составляет 46 м.

ГЦН обеспечивает расход теплоносителя, который необходим для охлаждения активной зоны, и теплоотвод, достаточный для поддержания коэффициента запаса до кризиса кипения (выше 1,3). Маховик, соединенный с колесом и двигателем (вклейка 1, рис. 110), создает необходимую инерцию, которая обеспечивает достаточный расход теплоносителя и продолжительность работы насоса при прекращении электропитания (при выбеге ГЦН) более одной минуты. Гидравлическая часть насоса состоит из эллиптического корпуса, проточной части со всасывающим и нагнетательным патрубками, одностороннего рабочего колеса, консольно расположенного на валу ротора, направляющего

аппарата и узлов уплотнения. Механические уплотнения обеспечивают ограниченные утечки, контролируемые при эксплуатации. Для запираания теплоносителя первого контура в зоне уплотнения вала насоса существует система подпитки путем подачи в камеру уплотнения очищенного и дегазированного теплоносителя с давлением, превышающем давление в контуре. При этом часть уплотняющей воды через уплотнение поступает в контур, не допуская выхода наружу радиоактивной воды, а остальная часть сбрасывается в деаэратор подпитки контура. Подача теплоносителя ГЦН-195 в ЯППУ с ВВЭР-1000 составляет 20 тыс. м<sup>3</sup>/ч, протечка 0,3–3,0 м<sup>3</sup>/ч. Большой диаметр трубопровода и подача ГЦН каждой петли исключают установку резервного ГЦН.

**Паровая турбина** используется для механического привода электрогенераторов. Основной путь получения электроэнергии на современных АЭС – применение электрических генераторов машинного типа с механическим приводом от паровой турбины. Тепловая энергия пара при его расширении в проточной части турбины превращается в кинетическую энергию потока пара, которая используется для вращения ротора турбины электрогенератора. Параметры пара, поступающего на турбину, находятся в прямой зависимости от параметров теплоносителя, охлаждающего активную зону ядерного реактора.

Для двухконтурной АЭС с реактором ВВЭР-1000 выбрано максимально возможное давление теплоносителя, которое определяется техническими возможностями изготовления мощных корпусов. При современном состоянии промышленности мирового реакторостроения таким давлением является 16 МПа.

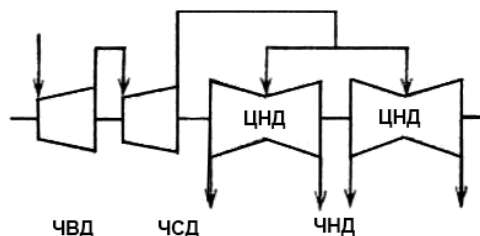
Условием однофазности теплоносителя на выходе из ядерного реактора является его недогрев до кипения.

Соответственно ограничивается не только температура теплоносителя на выходе из реактора ( $325^{\circ}\text{C}$ ), но и температура на входе в реактор (на выходе парогенератора), которая принимается равной  $290^{\circ}\text{C}$ . С учетом необходимого перепада температур в парогенераторе между теплоносителем ядерного реактора и пароводяной смесью в парогенераторе температура парообразования составляет  $278^{\circ}\text{C}$ , что соответствует давлению 6,4 МПа. Начальные параметры пара перед турбиной – давление 6 МПа, температура  $274^{\circ}\text{C}$ .

Особенности паровых турбин АЭС с реакторами ВВЭР (PWR) связаны с их работой на насыщенном паре с относительно малым теплоперепадом, что влечет за собой большие расходы пара, и большая часть ступеней турбины работает на влажном паре. В процессе расширения насыщенного пара в турбине его влажность непрерывно возрастает и достигает значений, при которых возникает эрозионный износ проточной части турбины. В связи с этим термодинамический цикл для АЭС с водным теплоносителем включает промежуточную сепарацию: пар, достигший предельно допустимых значений влажности после головного цилиндра турбины, отводится в специальный сепаратор и осушается в нем при постоянном давлении (температуре).

Крупные паровые турбины конструктивно разделяются на части высокого (ЧВД), среднего (ЧСД) и низкого (ЧНД) давлений, которые могут иметь различное число параллельных потоков и выхлопов (рис. 4.4 и вклейка 1, рис. 111).

По техническим и экономическим причинам сепараторы сочетаются с промежуточными перегревателями пара. Наиболее эффективен вывод влаги из пара через отборы турбины, особенно если число отборов отвечает числу ее ступеней.



*Рис. 4.4. Схема одновальной осевой паровой турбины: ЧВД – часть турбины высокого давления; ЦСД – часть турбины среднего давления; ЦНД – часть турбины низкого давления*

На рис. 112 (вклейка 1) представлен общий вид турбогенератора мощностью 1000–1300 МВт с частотой вращения ротора 1500 об/мин, на рис. 113 (вклейка 1) – общий вид модуля АЭС с реактором PWR-1300 МВт (EDF, Франция), а на рис. 114 и рис. 115 (вклейка 1) – Хмельницкая АЭС и Ровенская АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

Часть турбины, объединенная общим корпусом, называется цилиндром. ЧВД и ЦСД турбины выполняются в виде одного цилиндра среднего давления (ЦСД), а ЦНД турбины обычно состоит из нескольких цилиндров низкого давления (ЦНД), и каждый из них выполнен двухпоточным.

После ЦСД и сепаратора-перегревателя пар поступает параллельно на все ЦНД. Для обеспечения требуемого расхода пара в турбинах АЭС, работающих

с насыщенным паром, необходимо большое число выхлопов, что приводит к увеличению общей длины турбины.

Уменьшением частоты вращения ротора турбины (например, до 1500 об/мин) можно сократить количество ЦНД. При этом увеличиваются длина лопаток последних ступеней турбины и средний диаметр, увеличивается площадь выхлопа, следовательно, уменьшается число цилиндров.

По современным концепциям число роторов валопроводов не должно превышать пяти, а предельная длина турбины 55–65 м. Максимальная мощность турбины на насыщенном паре при частоте вращения ротора 3000 об/мин составляет 1000–1200 МВт, а для тихоходных она возрастает примерно в 4 раза. Масса тихоходных турбин мощностью до 1000 МВт превосходит массу турбин с частотой оборота ротора в 3000 об/мин и только при мощности более 1000 МВт их массы становятся почти одинаковыми. Так, удельная масса турбины К1000-60/3000, установленной на Ровенской АЭС, в ~1,3 раза меньше, чем у турбин К1000-60/1500, установленных на Запорожской АЭС.

Паровая турбина К-1000-60/1500, имеющая общую длину 57,8 м и вес ~3000 т, представляет собой многоступенчатую турбину, состоящую из одного двухпоточного цилиндра высокого давления (ЦВД) и трех двухпоточных цилиндров низкого давления (ЦНД). Скорость вращения ротора турбины 1500 об/мин.

После сброса давления в ЦВД пар поступает в сепараторы-перегреватели, где он теряет часть влаги, после чего пар перегревается и поступает в ЦНД. В процессе сброса давления часть пара отбирается для подогрева питательной

воды. Роторы турбины собраны из кованных элементов, сваренных по периферии. Лопатки турбины закрепляются в пазах.

Учитывая чрезвычайно высокую ответственность вопросов безопасности и принимая во внимание опыт эксплуатации и результаты постоянно проводящихся исследований, действующие АЭС постоянно совершенствуются (вклейка 1, рис. 113–115). В Украине эта деятельность рассматривается как приоритетная, реализуется эксплуатирующей организацией и контролируется регулирующим органом.



# Вклейка 1

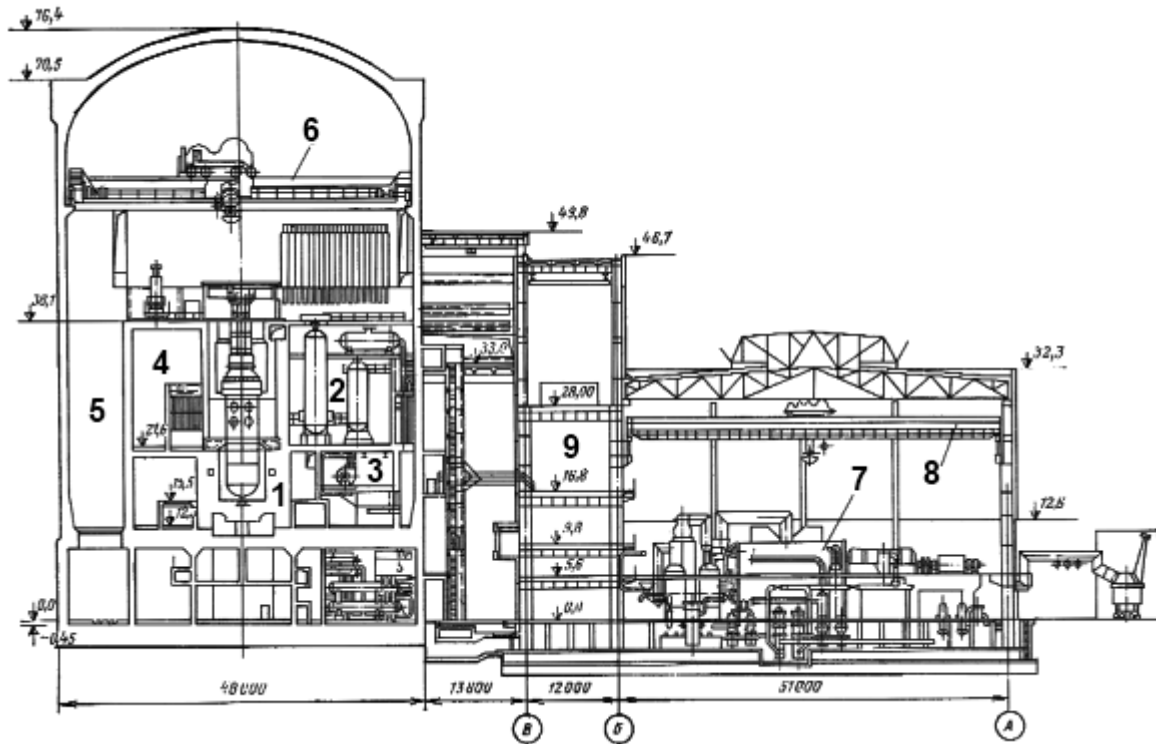


Рис. 92. Поперечный разрез главного корпуса пятого энергоблока Нововоронежской АЭС: 1 – реактор; 2 – компенсатор объема; 3 – вентиляционная установка; 4 – бассейн перегрузки топлива; 5 – транспортная шахта; 6 – круговой кран реакторного отделения; 7 – турбоагрегат; 8 – мостовой кран машинного зала; 9 – этажерка электроустройства

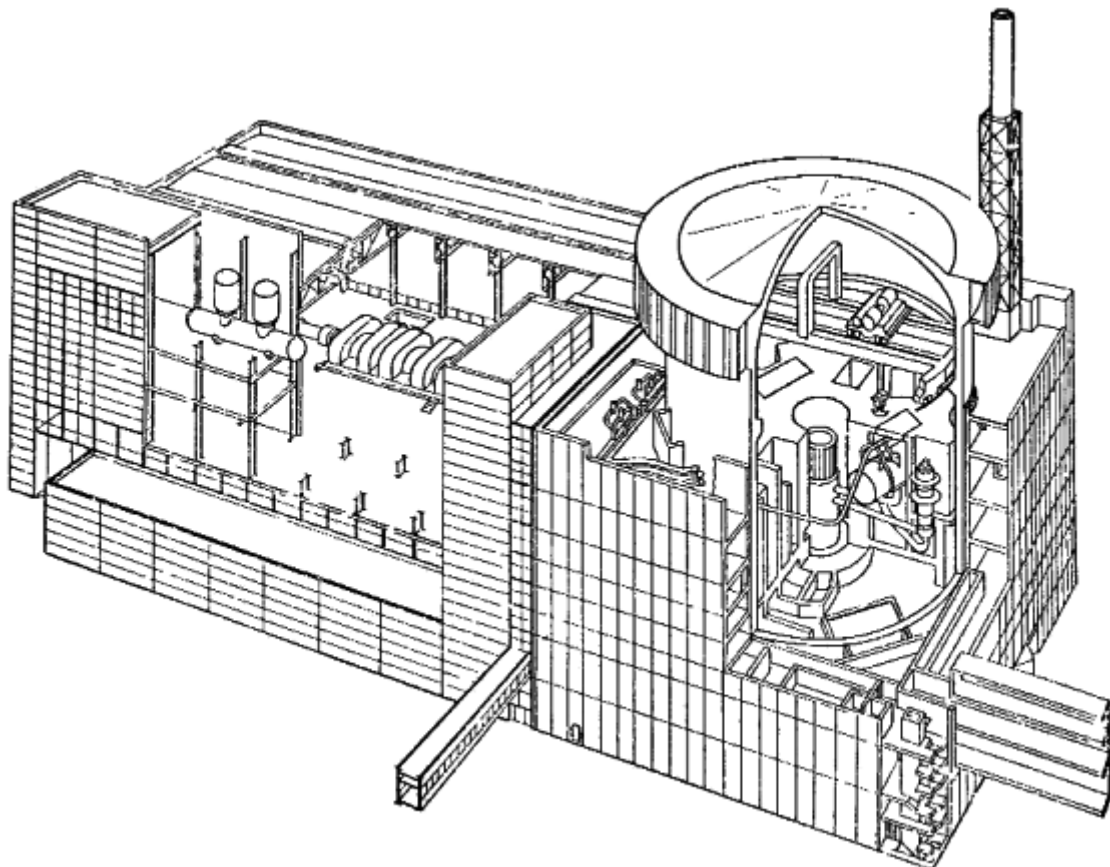


Рис. 93. Главный корпус унифицированной АЭС с реактором ВВЭР-1000

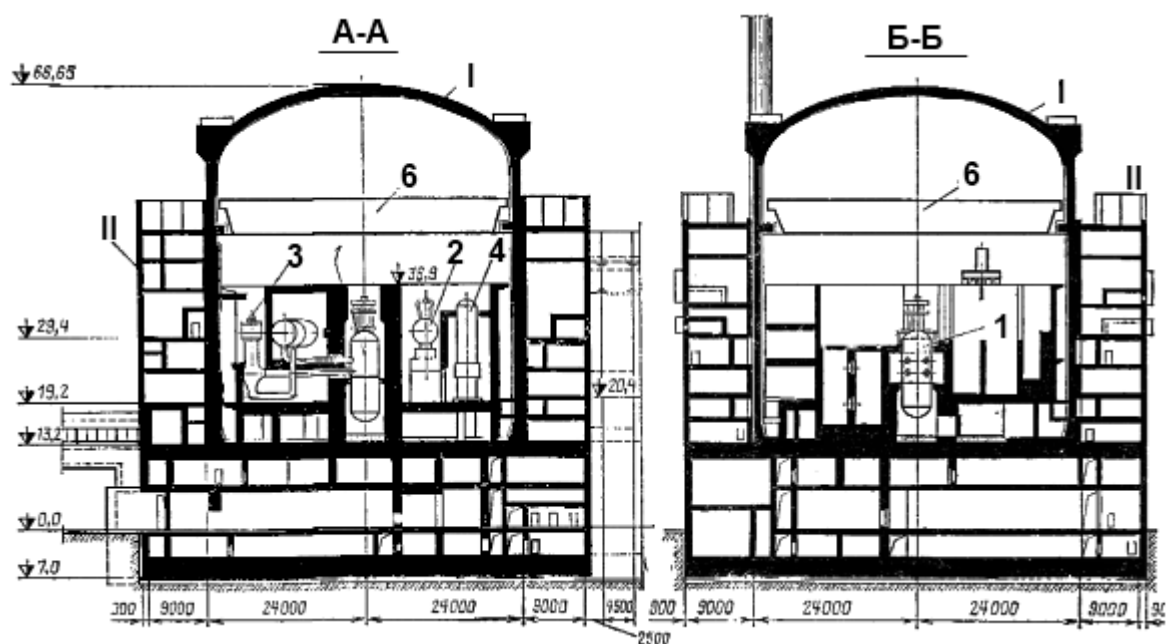


Рис. 94. Разрезы реакторного отделения АЭС с реактором ВВЭР-1000 по унифицированному проекту: I – оболочка; II – обстройка; 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – главный циркуляционный насос; 4 – емкость системы аварийного охлаждения активной зоны; 5 – круговой кран

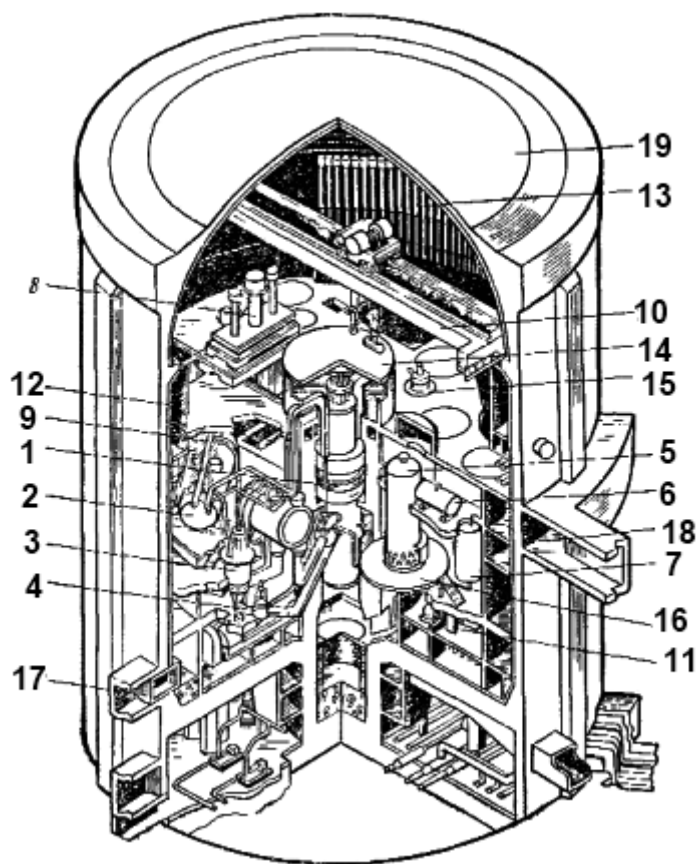


Рис. 95. Реакторное отделение пятого энергоблока Нововоронежской АЭС: 1 – реактор ВВЭР-1000; 2 – парогенератор ПГВ-1000; 3 – главный циркуляционный

*насос; 4 – главная запорная задвижка; 5 – компенсатор объема; 6 – барботажный бак; 7 – бак для аварийного запаса раствора бора; 8 – перегрузочная машина; 9 – главные паропроводы; 10 – круговой мостовой электрический кран; 11 – центробежный вентилятор; 12 – вентиляционный короб; 13 – запасные штанги СУЗ; 14 – крышка над бетонной шахтой реактора; 15 – люк над главной запорной задвижкой; 16 – площадка обслуживания; 17 – основной шлюз; 18 – помещение электриков; 19 – железобетонная защитная оболочка*



*Рис. 96. Строительство Тяньваньской АЭС (Китай)*

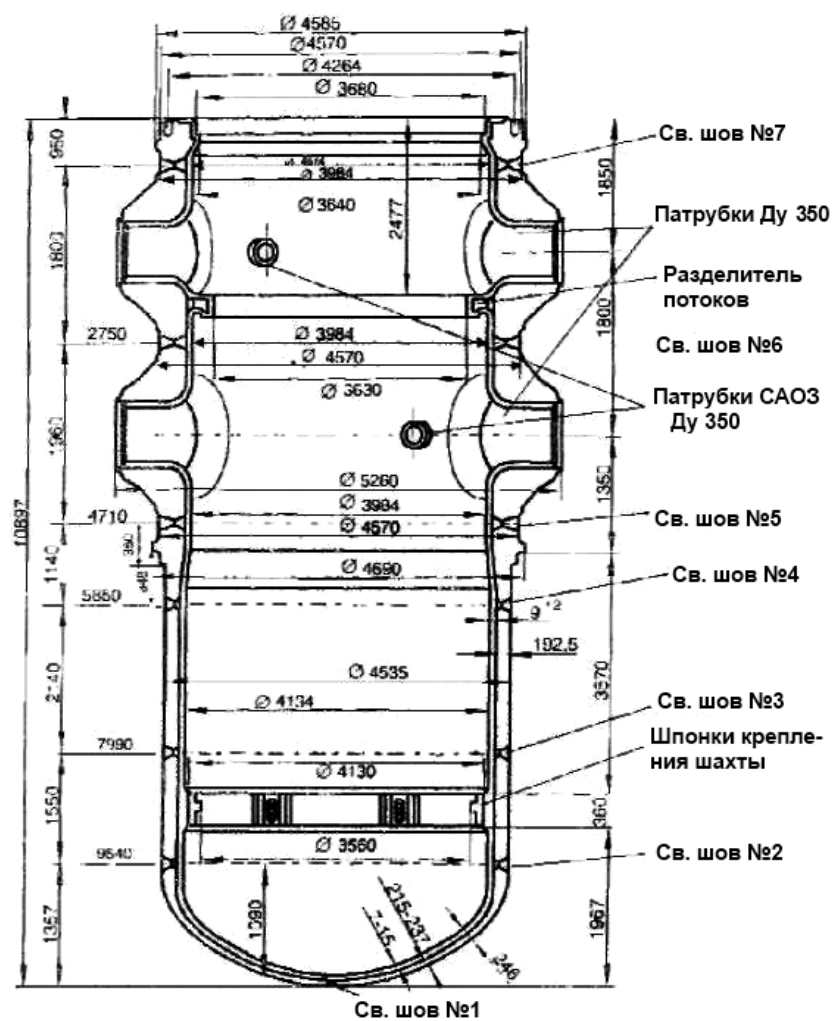


Рис. 97. Корпус реактора ВВЭР-1000/В-320

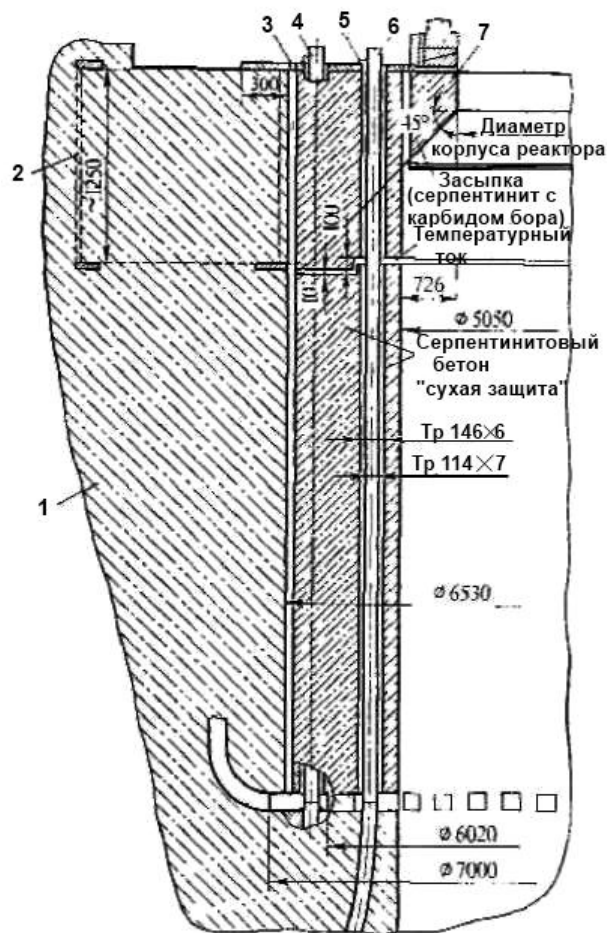


Рис. 98. Сухая защита корпуса реактора, выполненная с доступом для осмотра корпуса реактора: 1 – обычный бетон; 2 – несущая часть опоры реакторного корпуса; 3 – подача воздуха (тепловой барьер между обычным и серпентинитовым бетоном); 4 – труба для передвижения противовеса приводов ионизационной камеры; 5 – кольцевое сечение для прохода воздуха, охлаждающего серпентинитовый бетон; 6 – труба для опускания привода ионизационной камеры; 7 – опора реакторного корпуса

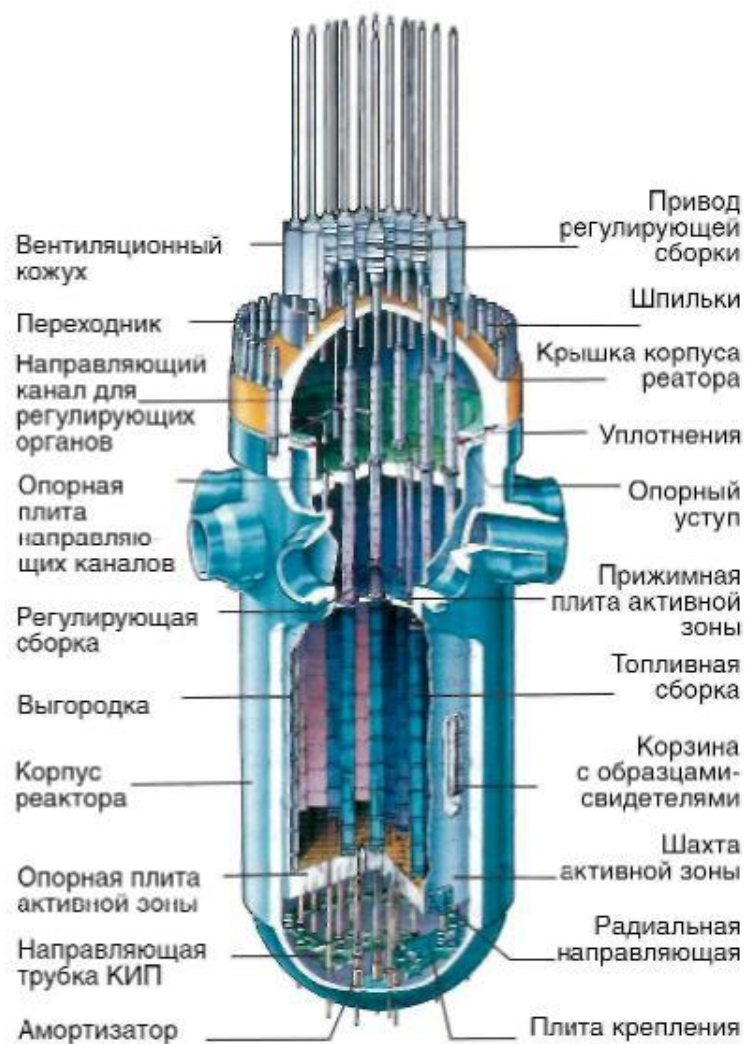


Рис. 99. Корпус и внутрикорпусные элементы конструкций энергетического ядерного реактора PWR-1300 (EDF, Франция)

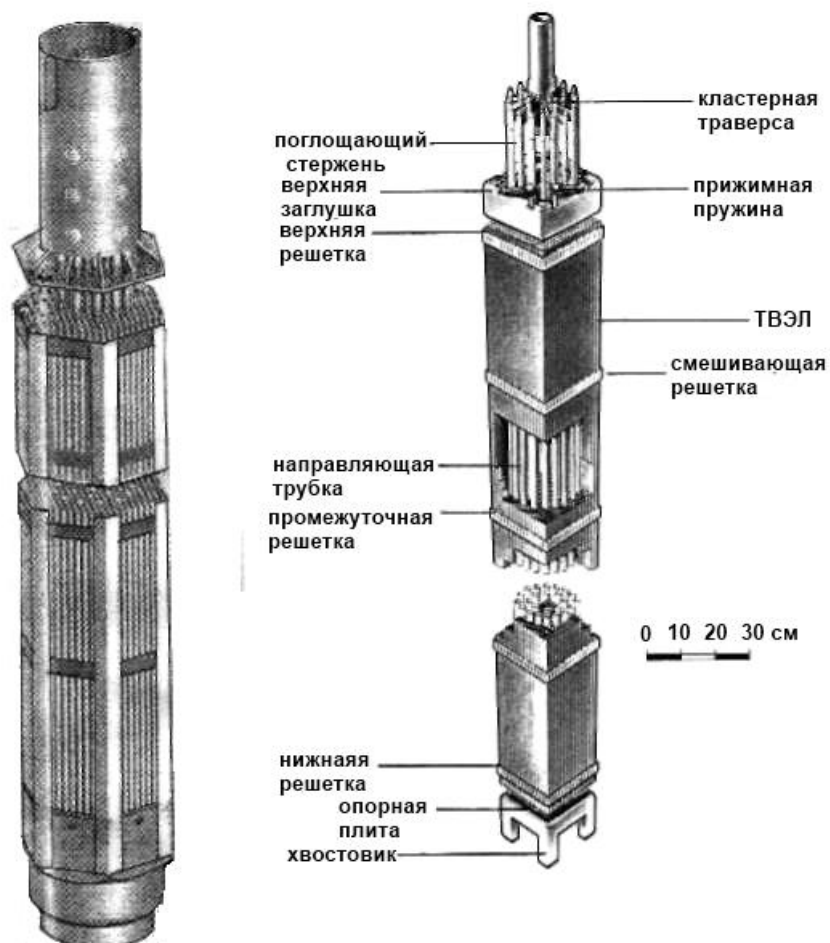


Рис. 100. Тепловыделяющие сборки энергетических водо-водяных реакторов: слева – ВВЭР-1000 (Россия), справа – PWR-1300 (EDF, Франция)

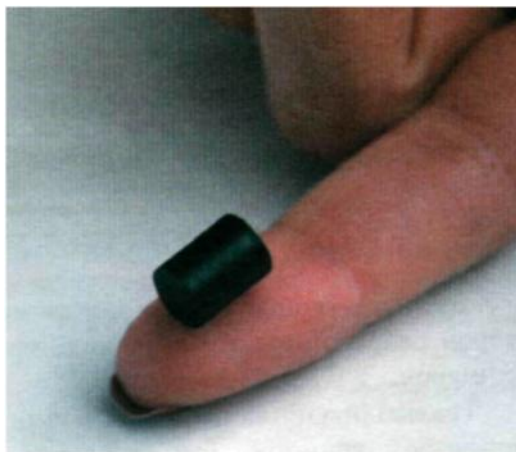


Рис. 101. Таблетка ядерного топлива





Рис. 102. Линия для производства ТВЭЛов на МСЗ «Электросталь» (Россия)

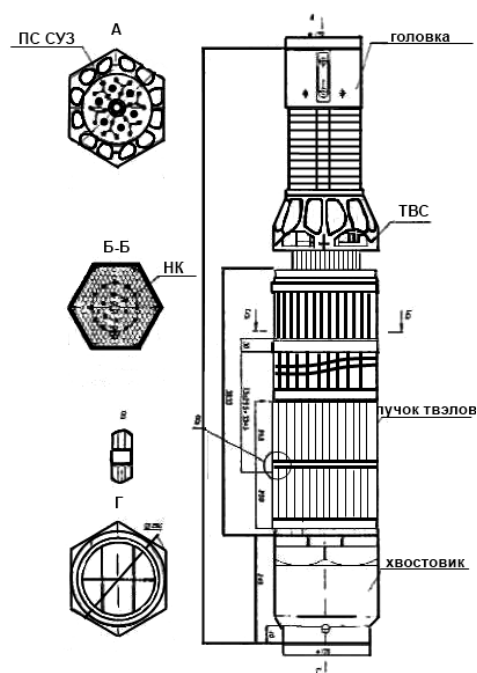


Рис. 103. Кассета и поглощающая сборка СУЗ энергетического ядерного реактора ВВЭР-1000 нового поколения





Рис. 104. Хранилище РАО ГУП МосНПО «Радон»

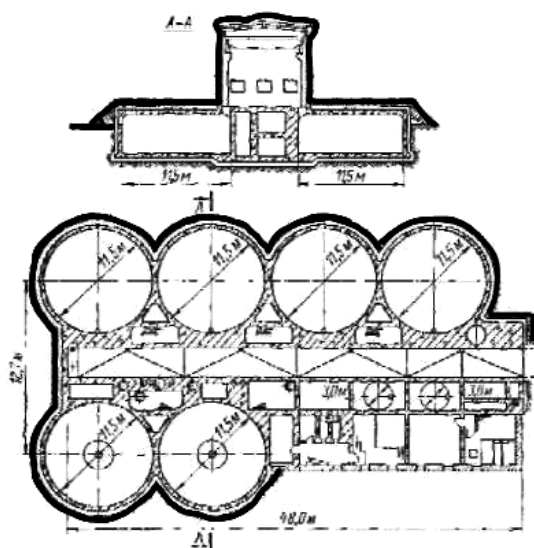


Рис. 105. Хранилище жидких радиоактивных отходов вместимостью  $2400 \text{ м}^3$

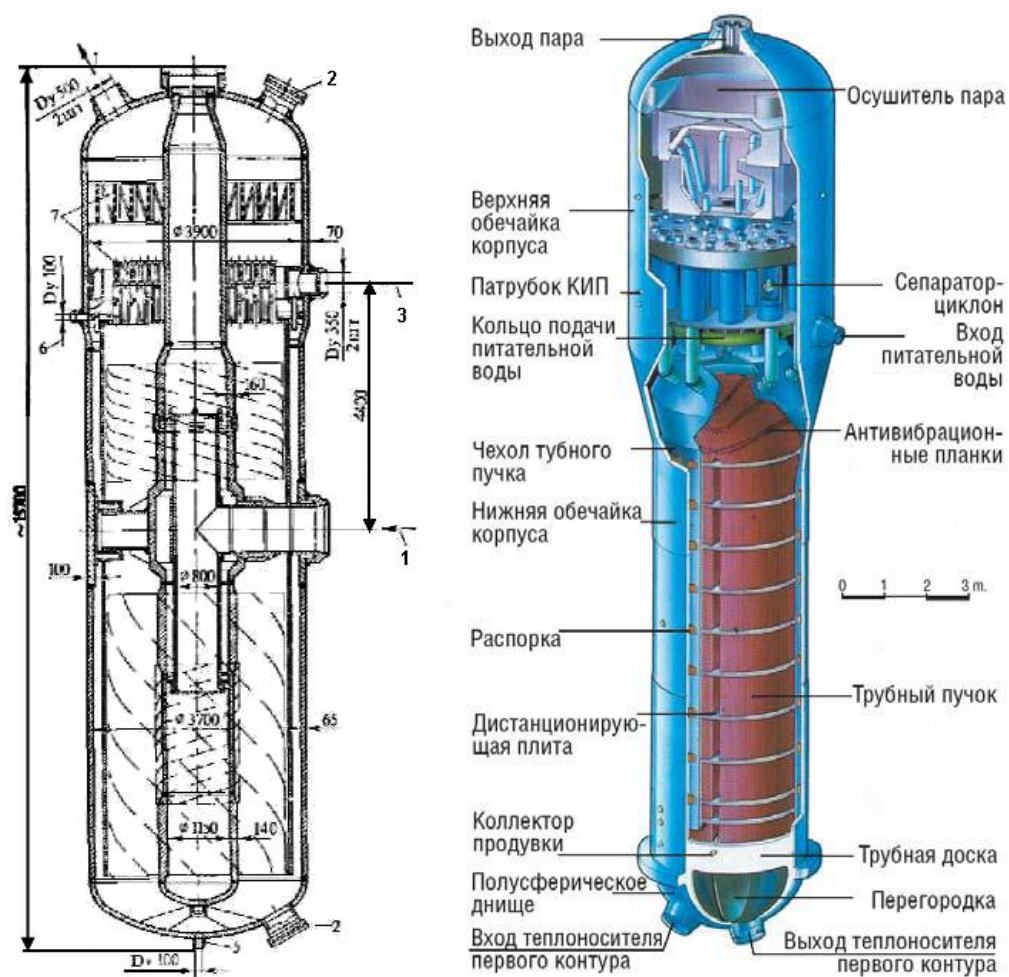


Рис. 106. Парогенератор. Слева – вариант вертикального парогенератора для ВВЭР-1000: 1 – выход пара; 2 – люк для обслуживания; 3 – вход питательной воды; 4 – вход теплоносителя; 5 – периодическая продувка; 6 – непрерывная продувка; 7 – сепарационные устройства. Справа – парогенератор PWR-1300 (EDF, Франция)

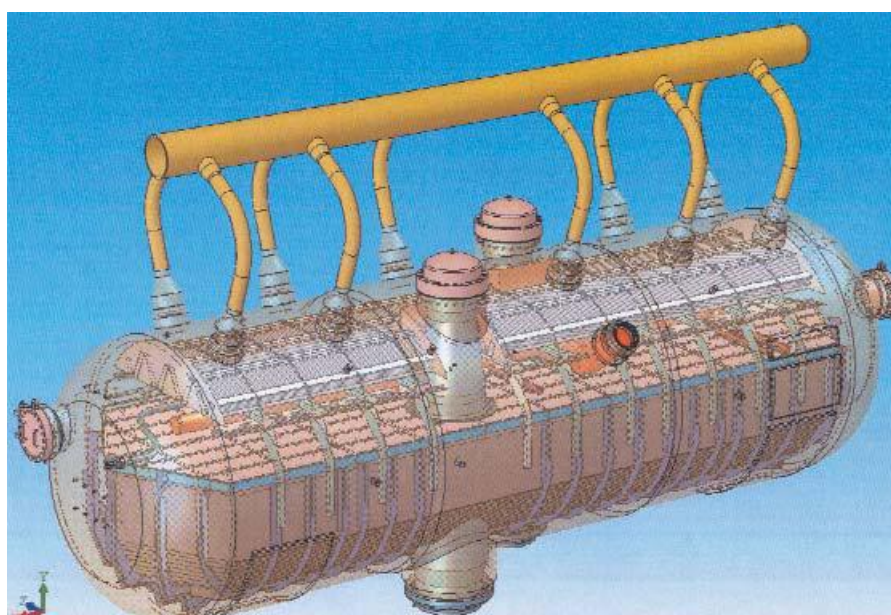


Рис. 107. Парогенератор горизонтального типа энергетического ядерного реактора ВВЭР-1000

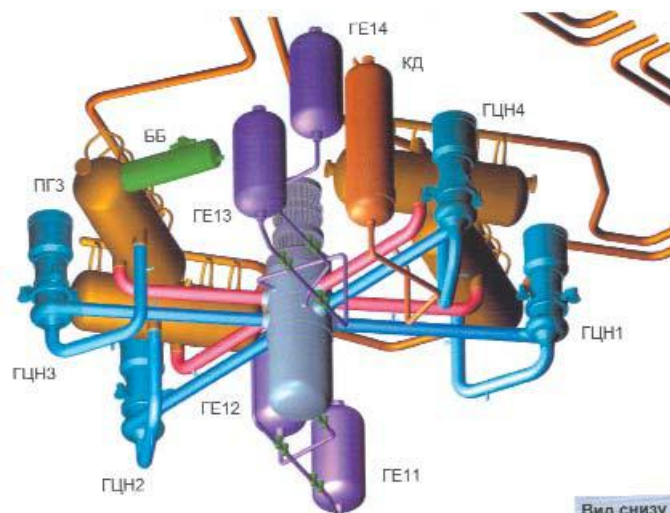


Рис. 108. Взаимное расположение узлов ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) энергетического ядерного реактора ВВЭР-1000. Вид снизу. ГЦН – главный циркуляционный насос; ГЕ – емкость с борной кислотой; ПГ – парогенератор; ББ – барботер; КД – компенсатор давления

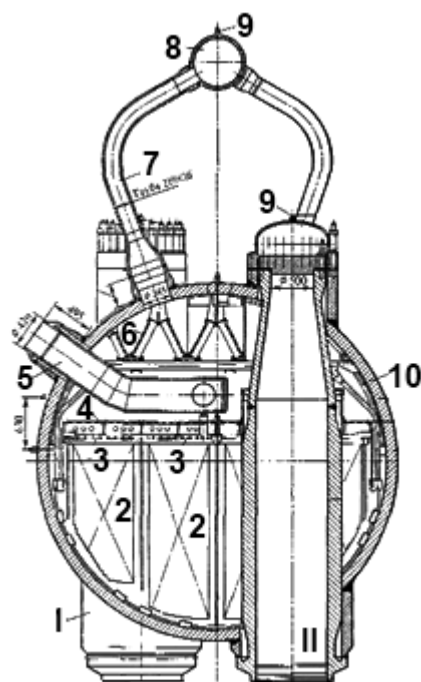


Рис. 109. Горизонтальный парогенератор с водным теплоносителем для ВВЭР-1000: 1 – входной коллектор теплоносителя; 2 – теплообменная поверхность; 3 – коллектор раздачи питательной воды; 4 – дырчатый погруженный щит; 5 – ввод питательной воды; 6 – жалюзийный сепаратор; 7 – паропроводящие трубы; 8 – паросборный коллектор; 9 – воздушники; 10 – отвод отсепарированной влаги; 11 – выходной коллектор теплоносителя



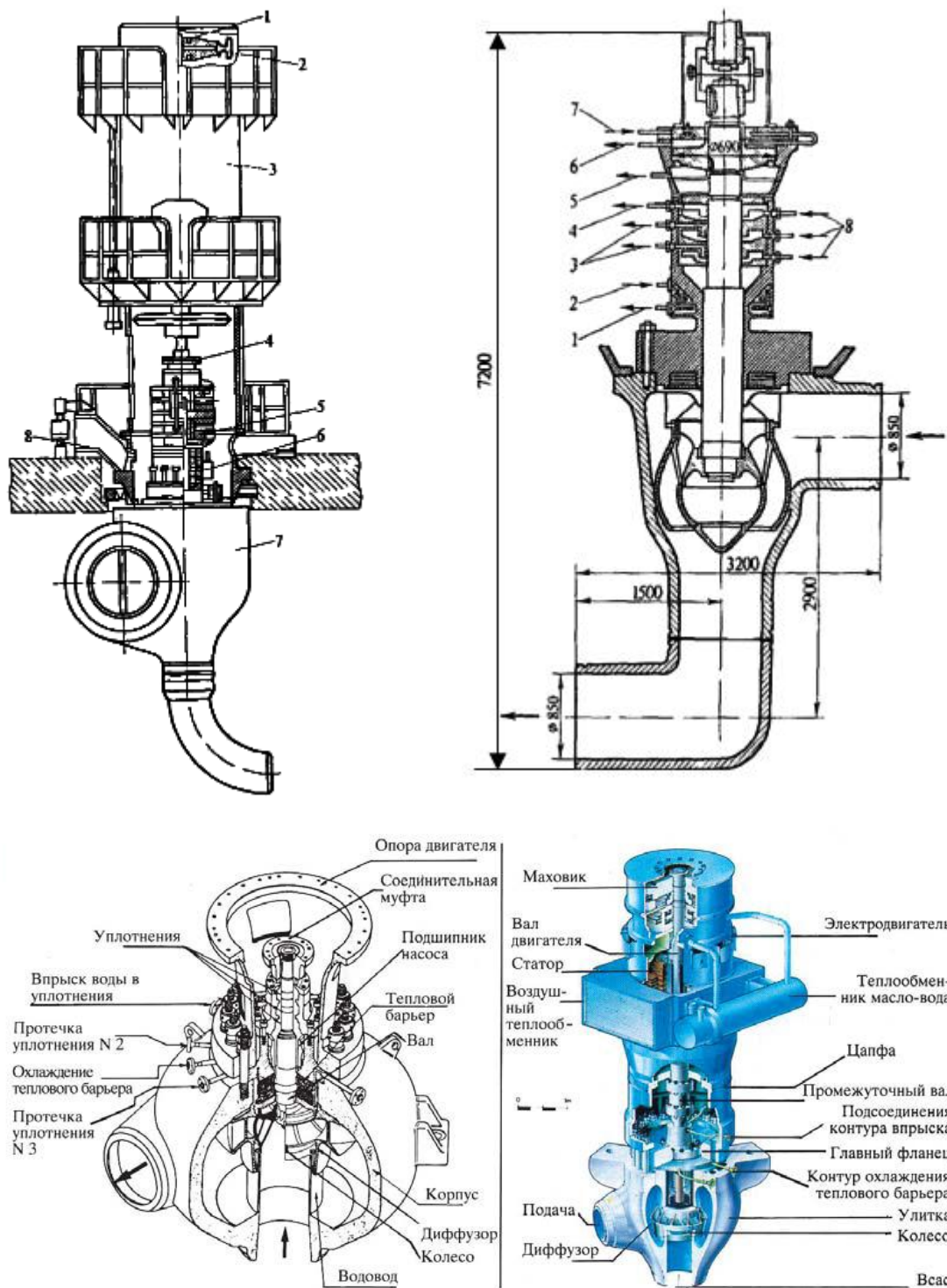
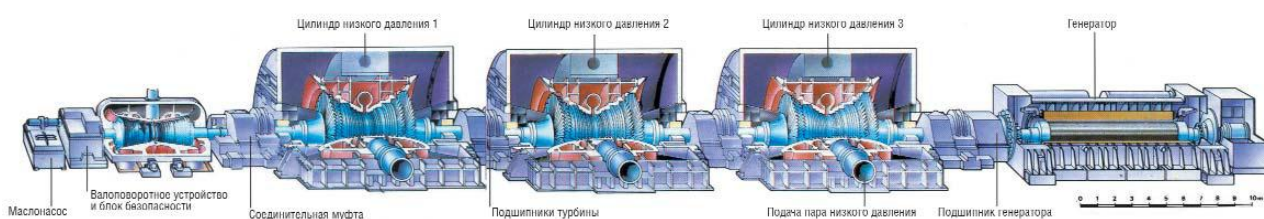


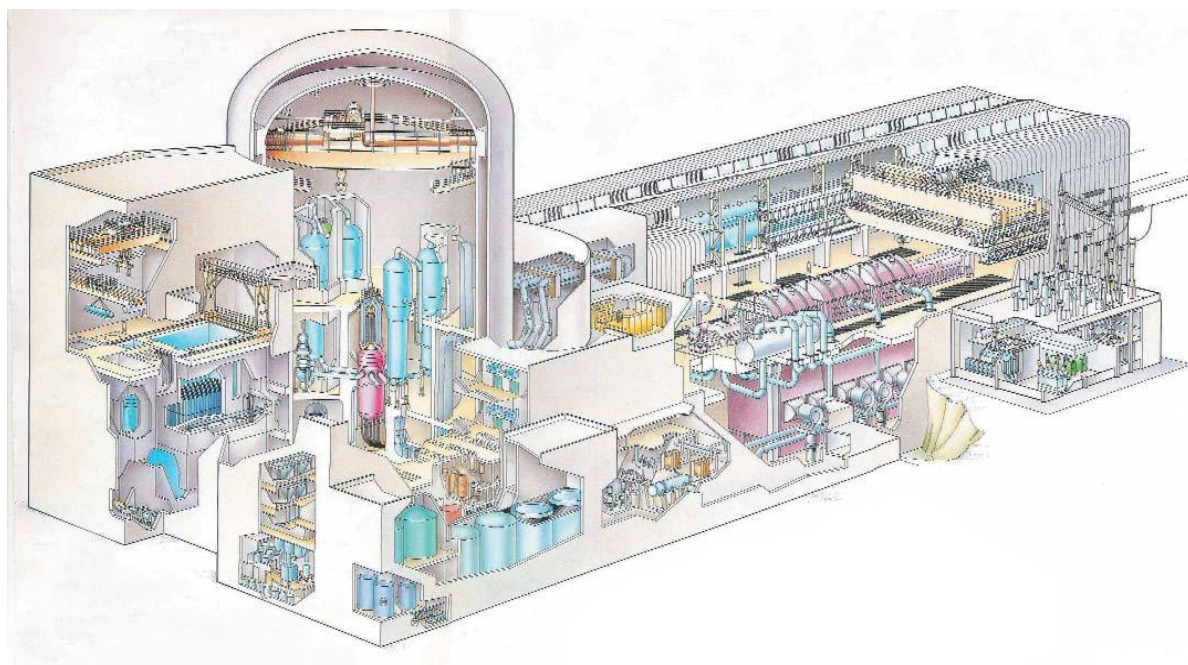
Рис. 110. Главный циркуляционный насос: а – установка циркуляционного насоса большой производительности с маховиком – ГЦН-195 для АЭС с ВВЭР: 1 – вал электродвигателя; 2 – маховик; 3 – электродвигатель; 4 – соединительная муфта; 5 – радиально-упорный подшипник; 6 – узел уплотнения; 7 – корпус; 8 – опорные лапы; б – уплотнения циркуляционного насоса ГЦН-195: 1, 2 – отвод и подвод воды промконтура; 3 – отвод и дроссель; 4, 5 – сливы утечек воды и масла; 6, 7 – отвод и подвод масла; 8 – подвод запирающей воды; в – главный циркуляционный насос реактора PWR-1300 (EDF, Франция)



*Рис. 111. Монтаж паровой турбины К-1000-60/3000 с Рис. 4.22. Монтаж паровой турбины К51000560/3000 с электрогенератором ТВВ5100002У концерна «Силовые машины» (Россия) на АЭС «Тяньвань» с реактором ВВЭР51000/428 в Китае. Длина турбины 51 м, вес 2000 т*



*Рис. 112. Турбогенератор АЭС мощностью 1000–1300 МВт с частотой вращения ротора 1500 об/мин*



*Рис. 113. АЭС с водо-водяными реакторами под давлением 1300 МВт*





*Рис. 114. Хмельницька АЕС з ядерними реакторами ВВЭР-1000*



*Рис. 115. Рівненська АЕС*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Стерман Л. С. Тепловые и атомные электростанции : учебник для вузов / Л. С. Стерман, В. М. Лавыгин, С. Г. Тишин. – 2-е изд. – М. : МЭИ, 2004. – 424 с.
2. Домашев Е. А. Предпосылки и возможные пути развития атомной энергетики в Украине / Е. А. Домашев // Энергетика: экономика, технологии, экология. – 2001. – № 3. – С. 10 – 14
3. Косяк Ю. Ф. Эксплуатация турбин АЭС / Ю. Ф. Косяк, В. М. Галацан, В. А. Палей. – М. : Энергоатомиздат, 1983. – 144 с.
4. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции / Т. Х. Маргулова. – М. : Высшая школа, 1984. – 265 с.
5. Трояновский Б. М. Паровые и газовые турбины атомных электростанций / Б. М. Трояновский, Г. А. Филиппов, А. Е. Булкин. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
6. Швецов В. Л. Опыт ОАО «ТУРБОАТОМ» в создании и совершенствовании энергосберегающего оборудования для тепловых и атомных электростанций / В. Л. Швецов // Вестник Национального технического университета «ХПИ». – 2006. – № 5: Энергетические и теплотехнические процессы и оборудование. – С. 6 – 11.



## Сведения об авторах



**Азаренков Николай Алексеевич** – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



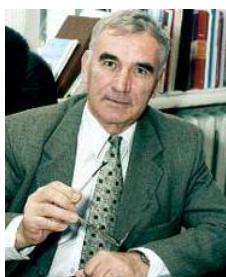
**Булавин Леонид Анатольевич** – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Залюбовский Илья Иванович** – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Кириченко Валерий Григорьевич** – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



**Неклюдов Иван Матвеевич** – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Шилаев Борис Александрович** – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.